

# BREVET D'INVENTION

CERTIFICAT D'UTILITÉ - CERTIFICAT D'ADDITION

## COPIE OFFICIELLE

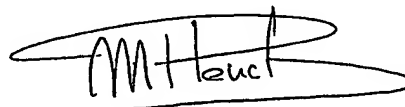
Le Directeur général de l'Institut national de la propriété industrielle certifie que le document ci-annexé est la copie certifiée conforme d'une demande de titre de propriété industrielle déposée à l'Institut.

Fait à Paris, le 03 AOUT 2004

Pour le Directeur général de l'Institut  
national de la propriété industrielle  
Le Chef du Département des brevets

DOCUMENT DE PRIORITÉ

PRÉSENTÉ OU TRANSMIS  
CONFORMÉMENT À LA  
RÈGLE 17.1.a) OU b)



Martine PLANCHE

INSTITUT  
NATIONAL DE  
LA PROPRIÉTÉ  
INDUSTRIELLE

SIEGE  
26 bis, rue de Saint-Petersbourg  
75800 PARIS cedex 08  
Téléphone : 33 (0)1 53 04 53 04  
Télécopie : 33 (0)1 53 04 45 23  
[www.inpi.fr](http://www.inpi.fr)

REMISE DES PIÈCES  
DATE **30 JUIN 2003**  
LIEU **75 INPI PARIS B**  
N° D'ENREGISTREMENT **0307920**  
NATIONAL ATTRIBUÉ PAR L'INPI  
DATE DE DÉPÔT ATTRIBUÉE **30 JUIN 2003**  
PAR L'INPI

Vos références pour ce dossier  
(facultatif) **B110S1**

**1 NOM ET ADRESSE DU DEMANDEUR OU DU MANDATAIRE**  
À QUI LA CORRESPONDANCE DOIT ÊTRE ADRESSÉE

Cabinet GRYNWALD  
127, rue du Faubourg Poissonnière  
75009 Paris  
Tél. 01 53 32 77 35  
Fax 01 53 32 77 94

Confirmation d'un dépôt par télécopie	<input type="checkbox"/> N° attribué par l'INPI à la télécopie
<b>2 NATURE DE LA DEMANDE</b>	Cochez l'une des 4 cases suivantes
Demande de brevet	<input checked="" type="checkbox"/>
Demande de certificat d'utilité	<input type="checkbox"/>
Demande divisionnaire	<input type="checkbox"/>
Demande de brevet initiale	N° _____ Date _____
ou demande de certificat d'utilité initiale	N° _____ Date _____
Transformation d'une demande de brevet européen	<input type="checkbox"/>
Demande de brevet initiale	N° _____ Date _____

**3 TITRE DE L'INVENTION** (200 caractères ou espaces maximum)

PROCEDE D'AMELIORATION DE LA SURETE DES SYSTEMES NUCLEAIRES HYBRIDES COUPLES, ET DISPOSITIF METTANT EN OEUVRE CE PROCEDE

**4 DÉCLARATION DE PRIORITÉ**  
OU REQUÊTE DU BÉNÉFICE DE  
LA DATE DE DÉPÔT D'UNE  
DEMANDE ANTÉRIEURE FRANÇAISE

Pays ou organisation	Date	N°
Pays ou organisation	Date	N°
Pays ou organisation	Date	N°

☐ S'il y a d'autres priorités, cochez la case et utilisez l'imprimé «Suite»

**5 DEMANDEUR** (Cochez l'une des 2 cases)

<input checked="" type="checkbox"/> Personne morale	<input type="checkbox"/> Personne physique
Nom ou dénomination sociale	
Prénoms	
Forme juridique	
N° SIREN	
Code APE-NAF	
Domicile ou siège	Rue
	Code postal et ville
	Pays
Nationalité	
N° de téléphone (facultatif)	N° de télécopie (facultatif)
Adresse électronique (facultatif)	

☐ S'il y a plus d'un demandeur, cochez la case et utilisez l'imprimé «Suite»

Réservé à l'INPI

REMISE DES PIÈCES

DATE

**30 JUIN 2003**

LIEU

**75 INPI PARIS B**

N° D'ENREGISTREMENT

**0307920**

NATIONAL ATTRIBUÉ PAR L'INPI

DB 540 W / 210502

<b>6 MANDATAIRE (s'il y a lieu)</b>	
Nom	GRYNWALD
Prénom	Albert
Cabinet ou Société	Cabinet GRYNWALD
N° de pouvoir permanent et/ou de lien contractuel	CPI 95-1001
Adresse	Rue
	Code postal et ville
	Pays
N° de téléphone (facultatif)	01 53 32 77 35
N° de télécopie (facultatif)	01 53 32 77 94
Adresse électronique (facultatif)	
<b>7 INVENTEUR (S)</b>	
Les inventeurs sont nécessairement des personnes physiques	
Les demandeurs et les inventeurs sont les mêmes personnes	<input type="checkbox"/> Oui <input checked="" type="checkbox"/> Non : Dans ce cas remplir le formulaire de Désignation d'inventeur(s)
<b>8 RAPPORT DE RECHERCHE</b>	
Uniquement pour une demande de brevet (y compris division et transformation)	
Établissement immédiat ou établissement différé	<input checked="" type="checkbox"/> <input type="checkbox"/>
Paiement échelonné de la redevance (en deux versements)	Uniquement pour les personnes physiques effectuant elles-mêmes leur propre dépôt <input type="checkbox"/> Oui <input type="checkbox"/> Non
<b>9 RÉDUCTION DU TAUX DES REDEVANCES</b>	
Uniquement pour les personnes physiques <input type="checkbox"/> Requête pour la première fois pour cette invention (joindre un avis de non-imposition) <input type="checkbox"/> Obtenue antérieurement à ce dépôt pour cette invention (joindre une copie de la décision d'admission à l'assistance gratuite ou indiquer sa référence): AG <input type="checkbox"/> <input type="checkbox"/> <input type="checkbox"/> <input type="checkbox"/> <input type="checkbox"/>	
<b>10 SÉQUENCES DE NUCLEOTIDES ET/OU D'ACIDES AMINÉS</b>	
<input type="checkbox"/> Cochez la case si la description contient une liste de séquences	
Le support électronique de données est joint	<input type="checkbox"/>
La déclaration de conformité de la liste de séquences sur support papier avec le support électronique de données est jointe	<input type="checkbox"/>
Si vous avez utilisé l'imprimé «Suite», indiquez le nombre de pages jointes	
<b>11 SIGNATURE DU DEMANDEUR OU DU MANDATAIRE (Nom et qualité du signataire)</b>	
Albert GRYNWALD Mandataire	
<b>VISA DE LA PRÉFECTURE OU DE L'INPI</b>	
M. ROCHET	

### Domaine technique

La présente invention se rapporte à un procédé de commande d'un système nucléaire hybride sous critique ayant une source commandée de neutrons externes et à un  
 5 dispositif mettant en œuvre ce procédé, notamment pour l'amélioration de la sûreté de systèmes nucléaires hybrides, qu'ils soient affectés à la production d'énergie et/ou à la transmutation de certains éléments chimiques transuraniens présents dans les déchets nucléaires  
 10 (« incinération des déchets »).

Elle se rapporte également à un système nucléaire hybride faisant application de ce procédé.

### État de la technique

15 La maîtrise de la réaction nucléaire mise en œuvre dans une centrale nucléaire et la limitation de la quantité de déchets produite par cette réaction sont deux problèmes majeurs de l'industrie nucléaire, ces problèmes de sécurité et de production de déchets variant en fonction du système  
 20 utilisé pour exploiter la réaction nucléaire.

A cet effet, il convient de rappeler que ces systèmes peuvent être classés en fonction de leur criticité, un système étant qualifié de critique lorsque le nombre de neutrons émis par fission du combustible  
 25 nucléaire est égal au nombre de neutrons disparaissant par absorption et par fuite.

Dans ce cas, le nombre de fissions observé pendant des intervalles de temps successifs reste constant, la criticité étant l'expression d'un équilibre exact entre les  
 30 productions de neutrons par fission et les disparitions de neutrons par absorption et par fuite.

Inversement, un système est qualifié de sous-critique lorsque le nombre de neutrons émis par fission est plus faible que le nombre de neutrons disparaissant par  
 35 absorption et par fuite. Dans ce cas, le nombre de fissions

observé pendant des intervalles de temps successifs décroît et la réaction nucléaire s'atténue en intensité.

Le comportement de ces systèmes est généralement caractérisé par le facteur de multiplication  $k$  qui représente la  
 5 valeur moyenne du nombre de nouvelles fissions induites par les neutrons issus d'une fission initiale. On peut l'exprimer, pour un intervalle de temps donné, par le rapport entre le nombre de neutrons produit par fissions et le nombre de neutrons disparus. Dans le cas où ce coefficient tient compte des fuites des  
 10 neutrons vers les assemblages de combustible voisins ou hors du réacteur, celui-ci est qualifié d'effectif et noté  $k_{\text{eff}}$ . Pour un réacteur sous critique,  $k_{\text{eff}}$  est inférieur à 1, mais proche de 1 (typiquement de l'ordre de 0,95 à 0,995). Pour un réacteur critique,  $k_{\text{eff}}$  est égal à 1.

15 Ses variations autour de la valeur critique de 1 sont représentées par la réactivité, grandeur sans dimension définie par :

$$\rho = (k_{\text{eff}} - 1) / k_{\text{eff}}$$

20

Sa valeur étant très petite, elle est généralement exprimée en cent millièmes, en prenant pour unité le pcm (pour cent mille). Dans un réacteur, la réactivité est nulle lorsqu'il est critique, positive s'il est surcritique et négative s'il est

25 sous-critique.

Un réacteur sous-critique doit faire appel à une source externe de neutrons afin de maintenir la réaction nucléaire. Cette source de neutrons externe devant être intense, elle est généralement réalisée par des réactions nucléaires,  
 30 essentiellement de spallation, induites par l'impact de particules chargées de haute énergie (0,6 à 1,2 GeV), généralement des protons ou des deutons, sur une cible composée de préférence d'éléments lourds comme par exemple du plomb, du bismuth ou de l'uranium. Ces neutrons externes doivent toutefois  
 35 avoir une énergie du même ordre de grandeurs que les neutrons

entretenant la réaction du cœur afin d'avoir l'efficacité optimale, ce qui est aisé à réaliser avec des neutrons de spallation ; s'ils sont trop rapides, on peut les ralentir par des techniques connues de l'homme du métier.

5 La cible de spallation se présente généralement sous forme d'un liquide plomb-bismuth contenu dans un réservoir placé au centre du cœur afin d'optimiser la probabilité de réaction avec le matériau combustible. Ce mélange se comporte du point de vue de la génération de neutrons comme le plomb, mais présente  
10 l'avantage d'une plus grande aptitude à la liquéfaction sous l'effet de l'énergie déposée par le faisceau de particules (température de liquéfaction inférieure). L'usage d'une cible de plomb-bismuth améliore le comportement thermique de cette cible pour le fonctionnement nominal du réacteur. Si les dimensions de  
15 cette cible sont suffisantes, on peut estimer qu'un proton de 1 GeV projeté sur une cible de plomb ou de plomb-bismuth peut ainsi générer de 20 à 25 neutrons utilisables par le réacteur.

Les protons peuvent être accélérés par tout moyen apte à leur communiquer une énergie de l'ordre de quelques  
20 dizaines de mégaélectronvolts (MeV) à quelques dizaines de gigaélectronvolts (GeV). Ces moyens comportent généralement un accélérateur situé à l'extérieur du réacteur, dont le faisceau est dirigé jusqu'à la cible de spallation située dans le cœur.

25 .....  
Hormis la spallation, toute autre source de neutrons peut convenir. On peut citer à titre d'exemple les réactions photo-nucléaires dont le rendement de conversion est beaucoup moins élevé que les réactions de spallation.  
30 Dans ces deux cas, les neutrons, produits ont une énergie comparable, adéquate pour le fonctionnement d'un système hybride.

Les réactions photonucléaires sont ici considérées globalement, c'est à dire composées de deux réactions  
35 successives. La première est une réaction de Bremsstrahlung, où

des électrons réagissent pour donner lieu à des photons de haute énergie selon une section efficace linéaire en fonction de l'énergie des électrons. Le spectre d'énergie des photons produits est très large, compris entre zéro et l'énergie des électrons incidents. La seconde réaction produite est la réaction photo-nucléaire proprement dite, cette seconde réaction impliquant des phénomènes analogues à une réaction de spallation .

Ces réactions photonucléaires délivrent des intensités de neutrons produits inférieures (actuellement, jusqu'à environ  $5 \cdot 10^{16}$  neutrons/s, alors que la spallation autorise jusqu'à quelques  $10^{18}$  neutrons/s). Toutefois elles impliquent des coûts très inférieurs pour la génération et l'accélération des électrons (investissement de l'installation environ dix fois inférieur), et pour l'utilisation en raison d'une haute fiabilité et du niveau de qualification moins élevé du personnel. L'installation sera beaucoup plus compacte, mais la consommation d'énergie par neutron produit sera environ trente fois plus élevée.

20

Les réacteurs hybrides sont à priori connus pour leur aptitude à recevoir dans leur cœur une partie des déchets nucléaires, notamment les éléments radioactifs à vie longue comme des éléments transuraniens ou certains produits de fission, afin de les « incinérer » (c'est-à-dire les transmuter en noyaux stables ou radioactifs à vie courte). Cependant l'introduction des éléments transuraniens entraîne une dégradation grave de certaines propriétés très importantes pour la sûreté du réacteur nucléaire, particulièrement une diminution de la fraction de neutrons retardés et une diminution de l'effet Doppler.

Cet effet Doppler est dû à la variation de la vitesse relative d'un neutron se déplaçant dans la matière par rapport aux noyaux, qui ne sont pas immobiles mais soumis à une agitation thermique. Ces petites différences de vitesse relative

35

sont en général négligeables sauf si les sections efficaces varient très brutalement en fonction de cette vitesse relative neutron/noyau, comme c'est le cas au voisinage des pics de résonances. Une augmentation locale de la température du combustible d'un réacteur nucléaire a pour effet immédiat d'élargir les sections efficaces résonnantes de capture de neutrons d'une certaine énergie et donc de faire chuter localement le flux de neutrons. Davantage de neutrons sont capturés et donc ceux qui sont disponibles pour de nouvelles fissions sont moins nombreux.

Dans ce cas, l'effet Doppler est caractérisé par un coefficient négatif et contribue à rendre les systèmes nucléaires intrinsèquement sûrs.

Parmi les effets agissant sur la réactivité d'un réacteur, l'effet Doppler est le plus rapide et le plus sensible. Il constitue un facteur auto-stabilisateur essentiel à la régulation du réacteur car il est spontané et d'autant plus puissant que la perturbation (variation de la température) qui l'a créé est plus importante.

Dans un réacteur nucléaire la grande majorité des réactions de fission donne lieu immédiatement à l'émission de quelques neutrons ; mais un très petit nombre de ces réactions (moins de 1% des neutrons émis) sont dits retardés car ils sont émis par des fragments de fission avec un retard de quelques secondes en moyenne après la fission. Ce sont eux qui, par ce décalage dans le temps, permettent in fine le pilotage des réacteurs. Cette fraction de neutrons retardés est désignée par  $\beta$  (typiquement de l'ordre de 0,65% pour combustible fondé sur de l'uranium 235).

La valeur de la fraction des neutrons retardés  $\beta$  est extrêmement importante pour la sûreté et pour le pilotage d'un réacteur nucléaire, car ce paramètre (avec le temps moyen d'apparition des neutrons retardés) définit la période propre de réacteur. Celle-ci doit être suffisamment grande pour permettre la commande du système.



Cette dégradation significative des paramètres de sûreté décrite ci-dessus (du coefficient Doppler et de la fraction des neutrons retardés) rend très problématique la transmutation des déchets nucléaires dans les réacteurs critiques classiques. Elle agit très différemment selon le type fonctionnel auquel est rattaché le système, de sorte que chacun présente des défauts et des qualités propres.

On rappelle à cet effet que les systèmes nucléaires sous-critiques peuvent être fonctionnellement répartis en deux types schématisés ci-dessous à l'aide des figures 1a et 1b, sur lesquelles sont représentés un réacteur 102, en régime sous-critique, recevant des neutrons externes 104 produits par réaction nucléaire (notamment de spallation) sur une cible 108 à l'aide d'un faisceau de particules chargées 106 (par exemple des protons) issues d'un accélérateur 100, alimenté par le réseau électrique 110. Ce même réseau reçoit par ailleurs l'énergie électrique produite à partir de la chaleur générée par le réacteur sous-critique 102.

Selon un premier type de système dit **découplé** ou, en anglais, « Accelerator Driven System » (ADS) (figure 1a), l'intensité de la source externe de neutrons est indépendante de la puissance du cœur, et l'énergie nécessaire à l'alimentation de cette source est prélevée sur un réseau électrique comme représenté sur la figure 1a. Dans ce système c'est l'intensité de la source externe qui définit la puissance de l'installation nucléaire, et le cœur sous-critique ne sert qu'à amplifier les neutrons externes et l'énergie déposée via la réaction de fission. Dans de tels systèmes le niveau de sous-criticité étant prédéterminé dans l'état nominal, par exemple en fonction des conditions de sûreté que l'on se fixe, du combustible, de la puissance thermique souhaitée. Il peut être ajusté au cours du fonctionnement du réacteur. L'intensité du faisceau de particules est prédéterminée en fonction des conditions de fonctionnement demandées au réacteur, puis ajustée en cours de fonctionnement par un opérateur.

Cependant, compte tenu de leur haut niveau de sous-criticités, les systèmes découplés ADS ont besoin d'une source importante de neutrons. Cela nécessite l'utilisation de puissants accélérateurs, ce qui est économiquement pénalisant car de tels accélérateurs augmentent considérablement le coût de l'installation, mais aussi son coût de fonctionnement en consommant une fraction importante de la puissance électrique produite (à partir de quelques pour cents jusqu'à 10%).

En ce qui concerne la sûreté, il n'existe pas de contrainte, ni sur la valeur du coefficient Doppler ni sur la fraction de neutrons retardés, si le niveau de sous-criticité est suffisamment grand pour éviter toutes les conséquences négatives liées à la variation éventuelles du facteur de multiplication de neutrons  $k_{\text{eff}}$  (accident de réactivité). Néanmoins il existe un risque d'accident spécifique pour les systèmes découplés ADS : l'insertion accidentelle du courant maximal du faisceau de protons, ce qui est possible quelle que soit la puissance du cœur en raison de l'alimentation de l'accélérateur par le réseau.

Selon un second type de système dit couplé ou, en anglais, Accelerator Coupled System » (ACS) ou encore « Delayed Enhanced Neutronics » (DEN) (figure 1b), l'intensité de la source externe de neutrons dépend directement de la puissance du cœur et elle est choisie en temps réel de façon à ce que le système entier se trouve dans un état critique. Dans de tels systèmes, la sûreté dépend notamment des paramètres suivants : coefficients de contre-réaction, fraction de neutrons retardés et niveau de sous-criticité. Le pilotage du réacteur ne peut plus s'effectuer comme dans le cas précédent par action de l'opérateur sur la correspondance entre la puissance du cœur et l'intensité de la source externe de neutrons ; ici, le pilotage s'effectuera par d'autres moyens comme par exemple les barres de contrôle de réacteur, ou à une modification de la fraction de la puissance du cœur affectée à l'alimentation de l'accélérateur,

ou encore l'adjonction éventuelle d'une seconde source de neutrons externes (facultative), de puissance beaucoup plus faible.

5 Une différence principale entre ces deux systèmes réside dans le fait que, dans un système **couplé (ACS)**, la quantité produite de neutrons externes est prédéterminé afin de maintenir la réaction en chaîne dans le cœur, tandis que, dans un système **découplé (ADS)**, cette intensité varie en temps réel  
10 afin d'obtenir la valeur exacte de la puissance souhaitée pour le réacteur.

Dans les systèmes couplés la source externe de neutrons, naturellement ou artificiellement retardés par rapport au taux de fission dans le cœur, peut remplacer un déficit de  
15 neutrons retardés. Cette possibilité de suppléer à ces derniers par une source externe donne naissance au concept d'un réacteur où on crée **artificiellement** un groupe de neutrons retardés ("The Neutron Potential of Nuclear Power for Long Term Radioactivity Risk Reduction", de M. Salvatores, I. Slessarev, M. Uematsu, A. Tchistiakov, Proc. GLOBAL-95 Int. Conf., Versailles, France,  
20 September 11-14, 1995, v.1, p.686).

Pour accentuer le couplage entre le cœur et l'accélérateur, A. Gandini, M. Salvatores et I. Slessarev ont proposé dans le document « Coupling of reactor power with  
-----25 - accelerator current in ADS systems » Accelerator Driven Transmutation Technologies and Applications Conference, 7-11 juin 1999, Prague et Annals of Nuclear Energy, 27 (13) 1147 (2000) d'utiliser pour l'alimentation de l'accélérateur une partie fixe  $f$  de l'énergie produite par le même système hybride,  
30 en l'occurrence le réacteur. Un tel mode de réalisation d'un système hybride assure l'arrêt intrinsèque de la source externe de neutrons dans le cas des pannes thermo-hydrauliques ; toutefois il ne protège pas contre un éventuel incident de criticité.

L'ensemble du système nucléaire constitué par le réacteur nucléaire, l'accélérateur, la cible et l'ensemble des moyens annexes assurant leur coopération fonctionnelle se comporte alors comme un réacteur critique dont il présente tous les avantages fonctionnels, et notamment le bénéfice d'effets de contre-réactions internes connus pour ces derniers (ex. : l'effet Doppler, la dilatation du combustible nucléaire, etc...) dont la liste dépend des modes de la réalisation du réacteur nucléaire considéré.

Des études des systèmes hybrides, dont les concepts sont présentés ci-dessus, ont montré qu'ils ont une cinétique différente, surtout pendant des situations accidentelles (ex. : extraction de barre de contrôle, rupture de la fenêtre de la cible de spallation, panne de pompe de circulation, etc...) **non protégées** par une intervention humaine ou par les automatismes de commande et contrôle. Par conséquent, d'éventuels transitoires non protégés se déroulent différemment dans les systèmes, ce qui a un grand impact sur la sûreté. En ce qui concerne cette dernière, chacun des deux systèmes hybrides à ses avantages et ses inconvénients. Par exemple, le comportement des systèmes couplés (ACS) est préférable de point de vue des accidents thermo-hydrauliques, par contre, des systèmes hybrides découplés (ADS) supportent mieux des accidents de réactivité (augmentation accidentelle de  $k_{eff}$  du système). Il s'avère donc avantageux de combiner des avantages de deux types de systèmes.

Les avantages et inconvénients de ces deux types fonctionnels de systèmes hybrides sont étudiés dans le document « The accelerator coupled system dynamics » de A. D'angelo et al., Accelerator Driven Transmutation Technologies and Applications Conference, 2001, mais aussi et surtout dans le document « Coupling of reactor power with accelerator current in ADS systems » de A. Gandini, M. Salvatores et I. Slessarev, Accelerator Driven Transmutation Technologies and Applications Conference, 7-11 juin 1999, Prague et Annals of Nuclear Energy, 27 (13) 1147 (2000).

Ils sont schématisés sur la figure 2 dans laquelle l'axe des ordonnées 200 représente l'intensité d'une source de particules chargées et, l'axe des abscisses 202 représente la puissance du cœur du réacteur nucléaire.

5 Pour un système découplé ADS, l'intensité de la source est constante quelle que soit la puissance du cœur. En particulier, pour une puissance du cœur supérieure à la puissance nominale  $P_n$ , l'intensité de la source n'augmente pas, ce qui limite toute augmentation incontrôlée de la puissance  
10 fournie par le cœur.

Une telle réalisation hypothétique présente cependant un inconvénient majeur lié à une éventuelle défaillance électronique ou humaine du contrôle de l'accélérateur de  
15 particules. Dans ce cas, des accidents thermo-hydrauliques dangereux restent possibles.

Pour un système couplé ACS(DEN), l'intensité de la source varie proportionnellement avec la puissance du cœur. Ainsi, pour une puissance du cœur supérieure à la puissance nominale  $P_n$ , l'augmentation de puissance du cœur induit une  
20 augmentation proportionnelle de l'intensité de la source de neutrons.

De tels systèmes couplés, qui ont les avantages des systèmes critiques, en ont aussi les inconvénients. Vis-à-vis d'éventuels accidents de réactivité non-protégés, les valeurs  
25 asymptotiques d'équilibres sont définies par des effets de contre-réaction. Ces derniers étant dégradés (comme dans le cas de transmutation des déchets) la sûreté diminue aussi.

L'invention vise à réaliser un système ACS dont le comportement idéal dans le cas d'un accident non-protégé  
30 serait : au-dessous de sa puissance nominale, le comportement d'un système ACS comme connu, et au-dessus de sa puissance nominale, le comportement d'un système ADS comme connu. En tout état de cause, l'invention a comme objectif de proposer un nouveau procédé de commande qui améliore intrinsèquement la  
35 sûreté d'un système couplé.

La présente invention vise à fournir un système combinant les avantages en matières de sécurité des systèmes couplés de façon intrinsèque, i.e. sans requérir une intervention manuelle ou automatique.

5

### Exposé d'invention

La présente invention résulte de la constatation que, pour un accélérateur connu de particules d'un système hybride, l'intensité de la source est supposée être proportionnelle à la puissance du réacteur.

10

Or, si l'intensité de la source de neutrons n'était pas proportionnelle à la puissance du réacteur, cette intensité pourrait augmenter de façon moins importante que l'augmentation en puissance du réacteur de telle sorte que la source ne pourrait plus soutenir cette élévation en puissance du cœur du réacteur.

15

Par contre, même en l'absence d'une telle proportionnalité entre la puissance de la source et la puissance du réacteur, on pourrait garder l'avantage lié au fait que la diminution de la puissance du cœur entraînerait la diminution d'intensité de la source de neutrons.

20

Un tel système hybride couplé munis d'interdépendance non-proportionnelle entre l'intensité de la source externe et la puissance du cœur aurait des valeurs asymptotiques de la puissance et de la température limitées. Cette relation de dépendance ci-dessus proposée sur l'état asymptotique du système serait homologue à celle de l'effet Doppler. C'est pourquoi nous allons l'appeler « effet à la Doppler » pour la partie accélérateur d'un ACS. Néanmoins, contrairement à l'effet Doppler proprement dit, un tel « effet à la Doppler » n'est pas altéré pas la présence d'actinides mineurs.

25

30

Par ailleurs, l'invention vise alternativement à prolonger le cycle de réacteur et à réduire la quantité de déchets générés par une centrale nucléaire.

35

De fait, la quantité de déchets produits par une centrale nucléaire est proportionnelle au taux de combustion de son combustible, ce taux étant d'autant plus faible que le seuil de sûreté appliquée vis-à-vis d'un transitoire accidentel est élevé.

Dès lors, en fournissant un système nucléaire présentant un degré de sûreté accrue de façon intrinsèque, l'invention permet de maintenir, pour un système nucléaire, un degré de sécurité identique avec un taux de combustion plus élevé, en réduisant potentiellement la quantité de déchets produite par un réacteur de type industriel, comme par exemple ceux affectés à la production d'électricité.

La présente invention vise ainsi à remédier aux différents problèmes cités ci-dessous, en permettant un fonctionnement autorégulé et fiable d'un système couplé même en présence d'une grande quantité d'actinides, ce qui permet de sécuriser un système nucléaire de façon intrinsèque et, par conséquent, d'utiliser des carburants nucléaires avec un plus grand taux d'utilisation, ou encore de recycler du combustible nucléaire.

Pour parvenir à cela, l'invention se fonde non seulement sur le choix d'un point de fonctionnement minimisant l'énergie nécessaire à la production de neutrons, mais plus fondamentalement encore sur les modalités de réglage du nombre de neutrons produits afin de piloter le réacteur et notamment de l'adapter à chaque instant à une puissance de consigne, ce réglage s'effectuant en commandant non plus l'intensité du faisceau de particules mais l'énergie de chacune de ces particules.

Ce choix du point de fonctionnement ( qui revient au choix de l'énergie de fonctionnement) vise naturellement à maximiser le rendement énergétique de l'installation nucléaire par minimisation le coût énergétique de production d'un neutron. Il est conforme, dans le mode de réalisation le plus général de l'invention, à ce qui est établi dans le cas des réactions de

spallation par le document « Neutron production in bombardments of thin and thick W, Hg, Pb targets by 0.4, 0.8, 1.2, 1.8 and 2.5 GeV protons » de A Letourneau, J. Galin, F. Goldenbaum et al in « Nuclear Instruments and Methods in Physics Research » B 170 (2000) pp. 299-322. En particulier, le paragraphe 4.4 « The neutron economy » établit qu'il existe une valeur optimale  $E_p^{Max}$  de l'énergie des particules accélérées (dans la plage allant de 0.8 à 1 GeV pour l'expérience mentionnée), pour laquelle le nombre de neutrons produit par un proton incident (rendement de neutrons  $Y_n$ ) est optimal. Si l'on trace la courbe du nombre de neutrons produits normé par l'énergie ayant servi à les produire (Fig. 16 p. 319), on observe l'existence d'une valeur de pic correspondant à l'énergie des particules optimale  $E_p^{Max}$ .

L'existence de ce maximum est liée au fait qu'à basse énergie une fraction importante de l'énergie du faisceau incident est perdue pour ionisation. A très haute énergie une partie de l'énergie se perd sous forme de production d'autres particules que des neutrons (pions essentiellement). En plus, pour une cible dont les dimensions sont fixes, l'augmentation de l'énergie des particules incidentes accroît la probabilité des fuites des particules produisant des neutrons et de ce fait diminue de rendement de neutrons dans la cible.

Un second document plus exhaustif arrive aux mêmes conclusions, en situant  $E_p^{Max}$  entre 1 et 1,5 GeV dans le cadre de cibles de Pb et de plaques W, avec un assemblage sous-critique d'uranium naturel modéré par de l'eau ( « Nuclear data at high energy : experiment, theory and applications » de S. Leray, rapport CEA/DAPNIA/SPHN-00-67 et lecture au « Workshop on Nuclear Reaction Data and Nuclear Reactors : physics, design and safety », ICTP Trieste, Italie, 13 mars/14 avril 2000.

Nous avons vu que les réactions photonucléaires sont ici considérées globalement, c'est à dire composées de deux réactions successives. La première est une réaction de Bremsstrahlung, où des électrons réagissent pour donner lieu à des photons de haute énergie selon une section efficace linéaire



en fonction de l'énergie des électrons. La seconde réaction produite est la réaction photo-nucléaire proprement dite, cette seconde réaction impliquant des phénomènes analogues à une réaction de spallation. L'ensemble de ces deux réactions  
5 successives a bien une courbe globale analogue à celle d'une spallation, mais avec des valeurs numériques sensiblement différentes (notamment pour  $E_p^{Max}$ ), comme le montrent les figures 5a et 5b.

Cette propriété d'existence de l'énergie optimale bien  
10 qu'elle soit connue, n'a pas de nom propre. Nous allons la nommer l'effet de rendement de neutrons ou « effet  $Y_n$  » ou encore l'effet « à la Doppler » pour la partie accélérateur d'un système hybride.

Nous sommes donc fondés à illustrer le cas général de  
15 la production de neutrons par des particules chargées à l'aide du cas particulier bien connu de la spallation induite par protons.

En réalité, pour les dispositifs selon l'art antérieur, le réglage de l'accélérateur dans un ACS se fait en  
20 agissant sur l'intensité du faisceau  $I_p$ , à l'énergie constante des particules, ce qui présente divers avantages pour l'homme du métier : les structures d'accélération et de déviation du faisceau étant préréglées, on a pu choisir pour ces réglage préalables (paramétrage) des conditions de fonctionnement  
25 correspondant à une meilleure efficacité énergétique.

L'essentiel de l'invention consiste, après avoir choisi le point de fonctionnement minimisant l'énergie nécessaire à la production de neutrons, à régler en continu l'accélérateur de particules non pas par l'intensité du faisceau  
30 comme dans l'art antérieur, mais par l'énergie des particules émises.

Plus globalement, l'apport de neutrons externes varie en fonction de l'énergie des particules incidentes  $E_p$  chargés selon une courbe de la fig. 8 du document Leray. À mesure que  
35 l'énergie  $E_p$  croît, le nombre de neutrons croît rapidement dans

un premier temps au-delà du seuil de réaction. Puis, au-delà de l'énergie  $E_p^{\text{Max}}$ , continue à croître mais moins rapidement. La forme de cette courbe correspondant à celle de la fig. 8 du document Leray. Si l'on norme cette courbe en divisant le nombre de neutrons produits par l'énergie ayant servi à les produire, on obtient la figure 5 montrant nettement un maximum, la forme de cette courbe correspondant à celle de la fig. 16 du document A. Letourneau et al., et à la fig. 9 du document Leray. Ces courbes de la figure 5 se retrouvent avec la même forme générale, quelle que soit la réaction choisie pour produire des neutrons à partir de particules chargée (ex. : protons, deutons, électrons). Seules varient les valeurs numériques, notamment celle de l'énergie optimale des particules  $E_p^{\text{Max}}$ .

Pour bonne réalisation de l'invention, en pratique il faut prendre en compte non seulement le rendement de neutrons par particule incidente et par son énergie  $E_p$  mais aussi l'importance de neutrons  $\phi^*$  (valeur, qui décrit l'importance des neutrons externes par rapport aux neutrons du cœur) et le rendement de l'accélérateur  $\eta_a$  (valeur, qui décrit le rapport d'énergie de particule chargée  $E_p$  et l'énergie  $E$  que l'accélérateur consomme pour accélérer cette particule).

Pour trouver l'énergie optimale  $E_p^{\text{Max}}$  des particules, on maintien constante la puissance consommée dans l'accélérateur de particules ( $P_{\text{cons}}$ ), tout en faisant varier simultanément l'énergie des particules et l'intensité du faisceau de particules, comme représenté sur la figure 3a.

En pratique, cette valeur de la puissance  $P_{\text{cons}}$  sera choisie de manière à ce que la puissance du réacteur nucléaire soit égale à la valeur de consigne que l'on s'est initialement fixée. L'expérience met en évidence, dans tous les cas, une énergie optimale  $E_p^{\text{Max}}$  de la production de neutrons.

L'invention consiste donc :

1. à déterminer les conditions de fonctionnement dans lesquelles on souhaite faire fonctionner le réacteur nucléaire : niveau de sous-criticité ( $r_0$ ), puissance

consommable à produire (thermique  $P_{th}$  ou électrique  $P_{el} = \eta_{el} P_{th}$  où  $\eta_{el}$  est le rendement électrique de l'installation), quantité et nature du combustible ; il s'agit d'un savoir faire habituel à l'homme du métier, et qui n'appelle pas de commentaire particulier. La réalisation préférée de couplage entre le cœur sous-critique et l'accélérateur se fait comme dans le document de A. Gandini, M. Salvatores et I. Slessarev, c'est à dire une fraction fixe  $f$  de la puissance produite par le système est consommée pour alimenter l'accélérateur

2. à partir de ces conditions, déterminer les paramètres de fonctionnement de l'accélérateur comme suit :

a - déterminer l'énergie optimale  $E_p^{Max}$  des particules chargées, qui vérifie l'expression :

$$d/dE_p [\varphi^*(E_p) \eta_a(E_p) Y(E_p) / E_p] = 0. \quad (1)$$

Cette formule prend en compte les dépendances éventuelles de l'énergie des particules incidentes  $E_p$  du rendement de neutrons  $Y$ , de l'importance de neutrons  $\varphi^*$ , du rendement de l'accélérateur  $\eta_a$ .

b - choisir l'énergie de fonctionnement (énergie nominale)  $E_p^{nom}$  égale ou supérieure à l'énergie optimale  $E_p^{Max}$  :

$$E_p^{nom} = E_p^{Max} + \Delta E_p, \quad \Delta E_p \geq 0. \quad (2)$$

La raison et le moyen de choix de  $\Delta E_p$  seront expliquées ultérieurement.

c - On détermine l'intensité nominale du faisceau de particules chargées, nécessaire pour obtenir la puissance nominale du réacteur  $P_{th}^{nom}$  en fonction de

l'énergie nominale  $E_p^{\text{nom}}$ , du rendement de neutrons  $Y_n(E_p^{\text{nom}})$ , du rendement de l'accélérateur  $\eta_a(E_p^{\text{nom}})$  et de l'importance des neutrons  $\phi^*(E_p^{\text{nom}})$  pour l'énergie nominale  $E_p^{\text{nom}}$  :

5

$$I_p^{\text{nom}} = r_0 v P_{\text{th}}^{\text{nom}} / [E_{\text{fis}} \phi^*(E_p^{\text{nom}}) Y(E_p^{\text{nom}})], \quad (3)$$

ainsi que la fraction de la puissance produite  $P_{\text{el}}$ , consommée par l'accélérateur :

10

$$f^{\text{nom}} = E_p^{\text{nom}} r_0 v / [E_{\text{fis}} \phi^*(E_p^{\text{nom}}) Y(E_p^{\text{nom}}) \eta_a(E_p^{\text{nom}}) \eta_{\text{el}}]. \quad (4)$$

3. à fixer la fraction  $f$  de la puissance produite consommable  
15 par accélérateur ainsi que l'intensité du faisceau des  
particules incidentes à des valeurs nominales décrites  
par les formules (3) et (4)
4. à régler le nombre de neutrons extérieurs agissant sur  
l'énergie des particules  $E_p$  à intensité constante du  
20 faisceau, en fonction des fluctuations de fonctionnement  
de la puissance du réacteur nucléaire, selon  
l'expression déterminant la variation de l'énergie :

$$E_p = f^{\text{nom}} P_{\text{el}} \eta_a(E_p) / I_p^{\text{nom}} \quad (5)$$

25

Expliquons les formules et l'approche présentés ci-dessus.

L'énergie  $E$ , qu'il faut dépenser pour accélérer une particule jusqu'à l'énergie  $E_p$ , dépend du rendement de l'accélérateur  $\eta_a$  :  $E = E_p / \eta_a$ . Le rendement lui-même peut être dépendant de l'énergie jusqu'à laquelle on accélère les particules chargées :  $\eta_a = \eta_a(E_p)$ . Donc la puissance, consommée pour accélération de  $I_p$  particules par seconde,

30

peut être exprimée :

$$P_{\text{cons}} = E_p I_p / \eta_a. \quad (6)$$

En prenant en compte qu'une particule incident de l'énergie  $E_p$  crée en moyenne  $Y_n$  neutrons, l'intensité de la source de neutrons sera liée à la valeur de courant du faisceau :

$$I_n = I_p Y_n, \quad (7)$$

L'énergie thermique  $E_{\text{th}}$ , créée dans un cœur sous-critique par un neutron externe  $\gamma$  absorbé est :

$$E_{\text{th}} = E_{\text{fis}} \varphi^* / (\nu r_0) \quad (8)$$

où  $r_0 = (1 - k_{\text{eff}}) / k_{\text{eff}}$  est le niveau de sous-criticité ;  $\varphi^*$  est l'importance des neutrons ;  $E_{\text{fis}}$  est l'énergie délivrée lors un acte de fission ;  $\nu$  est le nombre moyen de neutrons de fission. L'importance de neutrons, elle aussi peut être la fonction de l'énergie des particules incidentes, c'est-à-dire  $\varphi^* = \varphi^*(E_p)$ .

La puissance thermique du cœur sous-critique (si on ne prend pas en compte énergie dégagée dans la cible) est :

$$P_{\text{th}} = (\varphi^* \eta_a Y_n / E_p) P_{\text{cons}} E_{\text{fis}} / (\nu r_0) \quad (9)$$

En supposant que la puissance consommée  $P_{\text{cons}}$  est fixée, choisissons l'énergie optimale de particules chargées  $E_p = E_p^{\text{Max}}$  afin que la puissance du cœur soit maximale. Cette condition signifie que  $dP_{\text{th}}(E_p^{\text{Max}}) / dE_p = 0$ ,  $d^2 P_{\text{th}}(E_p^{\text{Max}}) / dE_p^2 < 0$ . Lorsque cette valeur existe, l'énergie optimale sera définie par l'expression (1).

Dans de rares cas, il se peut que ce point optimal visible sur la figure 5a soit peu marqué, en raison d'une pente très faible aux énergies de particules les plus élevées, et éventuellement de l'imprécision des mesures. Dans ce cas, on peut accentuer ce maximum, et donc l'« effet  $Y_n$  », en optimisant la géométrie, par exemple dans le sens d'une augmentation des pertes de particules incidentes dans la cible. Bien que cela diminue l'efficacité de production des neutrons, nous pouvons profiter davantage de l'« effet  $Y_n$  ». On peut aussi augmenter l'« effet  $Y_n$  » en modifiant la cible, soit en diminuant ses dimensions, soit en l'entourant d'un éventuel « buffer », le plus transparent possible aux neutrons déjà créés et dont le rendement de conversion neutronique est inférieur à celui de la cible, soit encore par une combinaison de ces deux conditions. Ce rendement de conversion doit être le plus faible possible, et préférentiellement inférieur à la moitié du rendement de conversion de la cible proprement dite.

Dans le cas particulier des réactions photonucléaires, la figure 5b montre à titre d'exemple que les formes de courbes sont globalement les mêmes, avec trois configurations correspondant à :

..... 25 ..... - courbe A (en haut) : cible en uranium 238, en forme de pastille cylindrique d'axe de symétrie confondu avec l'axe du faisceau de particules, cette pastille ayant un diamètre de 4 cm et une hauteur de 4 cm, cette cible étant entourée d'un « buffer » absorbant en plomb, en forme de cylindre d'axe de symétrie confondu avec l'axe du faisceau de particules, ce cylindre ayant un diamètre de 40 cm et une hauteur de 80 cm, et comportant un alésage axial de 4 cm permettant au faisceau d'atteindre la cible proprement dite située au centre de ce cylindre amortisseur,

- courbe B (au milieu) : cible en uranium 238, en forme de pastille cylindrique d'axe de symétrie confondu avec l'axe du faisceau de particules, cette pastille ayant un diamètre de 4 cm et une hauteur de 2 cm, cette cible étant entourée d'un « buffer » absorbant en plomb identique à celui de la configuration A,

- courbe C (en bas) : cible en uranium 238 conforme à celle de la configuration B, et absence de « buffer » absorbant. On remarque néanmoins que la courbe A présente une quasi absence de maximum. Dans de tels cas, on peut faire apparaître un maximum par les mêmes modifications de cible que déjà vues pour les réactions de spallation.

Ce mode de commande par l'énergie des particules issues de l'accélérateur conduit à ce que la source externe de neutrons ne soit plus exactement proportionnelle à la puissance du cœur. Il y a apparition d'un nouvel effet de contre-réaction «à la Doppler » pour la partie accélérateur du système hybride couplé, qui stabilise la puissance le système pendant les transitoires non protégés.

Un avantage de l'invention peut être illustré en considérant une variation brusque de puissance dans un système nucléaire, par exemple dans le sens d'une augmentation des neutrons produits.

Dans ce cas, il résulte une augmentation de chaleur dégagée dans le cœur, puis de l'énergie électrique qui alimente l'accélérateur.

A cela, les systèmes ACS selon l'art antérieur répondaient par une action augmentant l'intensité du faisceau de protons, ce qui faisait croître relativement rapidement le nombre de neutrons extérieurs, conformément à la courbe 404 de la figure 4. Au contraire, selon l'invention une augmentation brusque de la puissance dans le cœur, le système selon l'invention répond par une augmentation de l'énergie des particules conforme à la courbe 406 de la

figure 4.

En d'autres termes, la montée en puissance du réacteur est plus lente et, compte tenu d'effets autorégulateurs tels que l'effet Doppler, la valeur finale de la puissance du réacteur sera moindre, par rapport à l'art antérieur.

Ainsi, en régulant un système ACS par l'énergie des particules issues d'accélérateur, on munit ce système d'un moyen supplémentaire pour la sécurité intrinsèque que d'autres effets de contre-réaction connu dans l'art intérieur puisque, en cas d'augmentation incontrôlée de la puissance du cœur au-delà du point de fonctionnement nominal (correspondant aux conditions initiales), l'énergie des particules incidentes augmente suffisamment pour écarter ce point de fonctionnement de sa valeur optimale, correspondant au rendement maximal de la conversion. Ainsi le nombre de neutrons augmente en tous cas beaucoup moins rapidement qu'il ne le ferait dans le cas d'un système ACS régulé par l'intensité du faisceau de particules chargées. Dès lors, l'augmentation en puissance du réacteur est à la fois plus lente et nettement plus limitée en amplitude que pour les systèmes ACS selon l'art antérieur.

Par ailleurs, on remarque que l'évolution des deux systèmes tend vers des puissances limites distinctes, à savoir une puissance  $P_{\text{connu}}$  pour un système ACS régulé par l'intensité du faisceau de particules, et une puissance  $P_{\text{inv}}$  telle que  $P_{\text{inv}} < P_{\text{connu}}$  pour un système conforme à l'invention, c'est à dire un système ACS régulé par l'énergie des particules.

Comme nous l'avons vu, la figure 5, outre la mise en évidence d'une valeur maximisant le rendement des réactions nucléaires produisant des neutrons. Elle permet aussi de définir graphiquement trois régimes de fonctionnement de la source de neutrons pour présente l'invention. Ces régimes sont déterminés par des valeurs de



l'énergie des particules  $E_p$ , et correspondent à différents rendements des réactions nucléaires produisant des neutrons à des fluctuations éventuelles de la puissance du cœur et, par conséquent, à l'énergie  $E_p$ .

5           1 - une première zone, dite « dangereuse », apparaît pour un accélérateur générant des particules munies d'une énergie à partir de l'énergie du seuil de la réaction et inférieure à  $E_p^{\text{Max}}$ , qui dans notre exemple correspond à 1,16 GeV. Lorsque l'énergie des particules est inférieure à  $E_p^{\text{Max}}$ , d'une part le rendement est faible, d'autant plus que l'on s'éloigne de  $E_p^{\text{Max}}$ . En outre, un léger fluctuation de l'énergie des particules induit une très forte fluctuation du nombre de neutrons produit, ce qui rend le pilotage du système hybride très délicat.

15           2 - une seconde zone, dite « d'instabilité potentielle », est situé au voisinage de l'optimum de l'accélérateur. Le rendement des réactions nucléaires produisant des neutrons est optimal, ce qui optimise le bilan énergétique du système hybride. Toutefois ce régime peut basculer vers le régime « dangereux ». En termes de sûreté, une évolution vers le régime « dangereux » ne compromet pas la sécurité du système car cette évolution se produit lors d'une baisse de puissance produite par le réacteur.

25           Autrement dit, le système peut devenir instable par rapport des fluctuations **négatives** de la puissance, ce qui est indésirable pour le pilotage du système.

Pour éviter cet effet, il vaut mieux, conformément à une **réalisation préférentielle de l'invention**, choisir

30           
$$E_p^{\text{nom}} = E_p^{\text{Max}} + \Delta E_p,$$

où la valeur  $E_p^{\text{nom}}$  est choisie de manière à être plus importante que d'éventuelles fluctuations négatives de la puissance du réacteur dans le régime normal de fonctionnement du réacteur, c'est-à-dire choisir le point de fonctionnement à une valeur d'énergie des particules

35

supérieures à l'énergie nominale  $E_p^{\text{nom}}$ , mais en choisissant par rapport à cette valeur nominale  $E_p^{\text{nom}}$  un écart  $E_p^{\text{nom}}$  le plus faible possible, suffisamment faible pour que le nombre de neutrons générés normé par l'énergie ayant servi à les produire (courbe 5) ait une variation très faible lorsque l'énergie des particules varie.

3 - une troisième zone, dite d'« effet à la Doppler », correspond à une zone où le rendement des réactions nucléaires produisant des neutrons est très proche de sa valeur optimale, mais diminue au fur et à mesure que la puissance requise augmente. Cette pente négative de la courbe de la figure 5 tend à limiter le nombre de neutrons lors d'un transitoire non voulu augmentant ce nombre de neutrons : on bénéficie de façon plus favorable de l'effet régulateur de l'invention, qui agit dans le même sens que l'effet Doppler, et qui est particulièrement avantageux lorsque la présence d'actinides réduit l'influence de cet effet Doppler.

L'invention concerne aussi un système nucléaire hybride couplé (ACS), comportant un réacteur nucléaire fonctionnant en régime sous-critique, une source de neutrons externes, cette source comportant un faisceau de particules chargées accélérée, la source de neutrons fournissant la quantité de neutrons nécessaire à l'entretien de la réaction nucléaire, et des moyens aptes à générer de l'électricité à partir de la chaleur produite par le cœur nucléaire, ce système étant caractérisé en ce que le nombre de neutrons induits par l'accélérateur est commandé en agissant sur l'énergie  $E_p$  des particules, à intensité constante du faisceau de particules. Un exemple d'une telle réalisation est fourni en tant qu'exposé détaillé du mode préférentiel de réalisation..

De façon préférentielle, les particules sont des protons dirigés en faisceau au centre du cœur, et le cœur comporte une cible de spallation.

Le pilotage de ce système peut se faire de façon connue à l'art intérieur, par exemple avec les barres de contrôle ainsi que selon des propositions innovant avec l'autre accélérateur (l'énergie fournie par réseau).

5           La présente invention est susceptible de s'appliquer à tout type de réacteur nucléaire, dès lors que pendant au moins une partie de son cycle de fonctionnement, il est apte à fonctionner dans un état sous-critique, rendu critique par apport de neutrons extérieurs produit à partir  
10 de particules chargées accélérées. Ainsi le réacteur peut être rapide ou à neutrons thermiques. Il peut aussi avoir un fonctionnement critique pendant la plus grande partie de son fonctionnement, et n'avoir un fonctionnement sous-critique tel que décrit ci-dessus que de manière temporaire  
15 ou occasionnelle.

De fait, l'invention s'applique pour tout type de réacteur nucléaire sous-critique alimenté au moyen d'une source extérieure présentant une valeur optimale de rendement dans sa production de neutrons, et utilisant un  
20 accélérateur de particules permettant de commander l'énergie des particules.

Pour utiliser l'invention dans un système nucléaire hybride couplé, seules deux conditions sont requises : d'une part que les réactions nucléaires  
25 produisant les neutrons s'effectuent selon une courbe globale présentant une valeur maximale de rendement, comme c'est notamment le cas pour la spallation et les réactions photo-nucléaires considérées globalement ; et d'autre part que l'accélérateur utilisé puisse, de manière directe ou  
30 indirecte, être piloté en énergie des particules à l'intensité constante du faisceau. Tout cœur de réacteur auquel on adjoint, fut-ce de manière temporaire, une source de neutrons extérieurs est à considérer comme un système nucléaire hybride.

35           D'autres caractéristiques et avantages de

l'invention apparaîtront avec la description effectuée ci-dessous à titre illustratif et non limitatif en faisant référence aux figures ci-jointes sur lesquelles :

5 Les figures 1a et 1b, déjà décrites, sont des schémas fonctionnels de systèmes hybrides nucléaires,

la figure 2, déjà décrite, est un diagramme représentant les relations entre l'intensité de la source de neutrons de spallations et la puissance du cœur d'un réacteur nucléaire pour différents systèmes hybrides,

10 la figure 3 est un diagramme 300 représentant, selon l'axe des ordonnées 302, la variation du courant de particules émis par un accélérateur en fonction de l'énergie  $E_p^{\text{Max}}$ . (axe des abscisses 304) de ces particules,

la figure 3a est un diagramme relatif au courant  $I_p$  des particules produites par un accélérateur en fonction de l'énergie de ces particules pour la puissance consommée par accélérateur fixe,

la figure 3b est un diagramme relatif au rendement de production de neutrons pour des différentes combinaisons de l'énergie des particules générant ces neutrons et l'intensité du faisceau, ces combinaisons sont définies à condition que la puissance consommée par accélérateur fixe,

la figure 4 est un diagramme comparant l'augmentation en puissance d'un système nucléaire couplé selon l'art antérieur et selon l'invention ,

Les figures 5a et 5b sont des diagrammes représentant le nombre de neutrons extérieurs produits normé par l'énergie ayant servi à les produire (axe y), en fonction de l'énergie des particules incidentes (axe x) une application de deux modes de réalisation de l'invention : avec des réactions de spallation pour la figure 5a, et avec des réactions photonucléaires pour la r=figure 5b,

Les figures 6a, 6b, 6c et 6d sont des diagrammes relatifs à l'efficacité d'un procédé conforme à l'invention.

# Description détaillée du mode de réalisation préférentiel :

Système hybride à sel fondu avec source de spallation.

5

Dans cet exemple de réalisation de l'invention ci-dessus présenté pour un système couplé ACS avec le cœur à sel fondu (à spectre rapide avec combustible circulant à support Thorium). Nous allons supposer que le rendement d'accélérateur  $\eta_a$  ne dépend pas de l'énergie  $E_p$ . Dans cette condition, l'énergie des particules chargées est proportionnelle à la puissance élaborée. Etant donné, que cette dernière est proportionnelle à la puissance consommée par accélérateur et en normalisant par rapport la puissance nominale, obtenons l'énergie des particules incidentes :

15

$$E_p = E_p^{\text{nom}} P_{\text{cons}} / P_{\text{cons}}^{\text{nom}}. \quad (10)$$

Pour combustible Thorium la probabilité de fission du principal isotope fissile Uranium-233 dépend peu de l'énergie des neutrons, on peut considérer l'importance des neutrons constante et égale à 1 :  $\phi^* = 1$ .

20

La puissance du cœur  $P_c$  dans un nouvel état d'équilibre (après insertion de réactivité  $\Delta\rho_{\text{TOP}}$ ) peut être trouvée à partir de l'expression:

25

$$(\Delta\rho_{\text{TOP}} + \Delta\rho_{\text{FB}} - r_0) P_c + r_0 P_{\text{cons}}^{\text{nom}} Y(E_p) / Y(E_p^{\text{nom}}) = 0 \quad (11)$$

On décrit des effets de contre-réactions dans le cœur par un modèle linéaire :  $\Delta\rho_{\text{FB}} = A_{\text{FB}} \Delta P_c$ , où  $A_{\text{FB}}$  est le coefficient de contre-réaction.

30

Nous allons considérer que pour la production des neutrons on utilise la réaction de spallation par des protons de haute énergie (~1 GeV). Le rendement des neutrons par un proton incident dans une cible de plomb (de

35

la taille : diamètre  $D = 20\text{cm}$  et longueur  $L = 60\text{cm}$ ,  $E_p$  égale 0,8 à 8 GeV) peut être exprimé par la formule empirique, présenté dans le document de Pankratov et al. "Secondary Neutron Yields from Thick Pb and W Targets Irradiated by Protons with Energy 0.8 and 1.6 GeV". Proceedings of the Second International Conference on Accelerator-Driven Transmutation Technologies and Applications, Kalmar, Sweden, V2 (1996), PP. 694-697:

$$Y_n(E_p) = -a + bE_p^{3/4},$$

où  $E_p$  est mesuré en GeV et les paramètres empiriques  $a$  et  $b$  sont :  $a = 8,2$  ;  $b = 29,3$ .

Comme c'est indiqué sur la Figure 5, la production de neutrons est optimale pour l'énergie égale:  $E_p = (4a/b)^{4/3} = 1,16\text{ GeV}$ . Si l'on choisi cette énergie comme l'énergie nominale des protons, en cas d'augmentation de la puissance du cœur la source extérieure n'arrivera plus à créer la quantité des neutrons de façon que la production de neutrons soit suffisant pour soutenir l'état critique de balance de neutrons dans le système (neutrons de fission plus neutrons externes). On peut dire que le système (on va l'appeler DENNY - Delayed Enhanced Neutronics with Non-linear neutron Yield) a un nouvel effet de contre-réaction « à la Doppler » pour la partie accélérateur (« effet  $Y_n$  »), qui peut aussi être utilisé pour amélioration de la sûreté.

Pour illustrer la grandeur de l' « effet  $Y_n$  » faisons-nous au titre d'exemple la comparaison de deux systèmes : d'un ACS avec la dépendance linéaire (art intérieur) entre l'intensité de la source et d'un DENNY (l'invention). Pour décrire l'efficacité de l'« effet  $Y$  » introduisons le paramètre  $\delta = P^{\text{DENNY}}/P^{\text{ACS}}$  - le rapport des puissances asymptotiques du DENNY et du ACS (DEN) après avoir introduire la même valeur de la réactivité  $\Delta\rho_{\text{TOP}}$ . Le

fait que  $\delta < 1$  signifie que la puissance asymptotique dans le DENNY est moins importante par rapport à celle du ACS.

Les résultats de calcul de  $\delta$  en fonction des paramètres  $r_0$  et  $\Delta\rho_{TOP}$  sont présentés sur la Figure 6. Trois valeurs d'énergie nominale ont été choisies :  $E_p^{nom} = 1.16$  GeV (a),  $E_p^{nom} = 1.60$  GeV (b) et  $E_p^{nom} = 0.80$  GeV (c). La comparaison de ces résultats permet donner les conclusions suivantes :

- l'« effet  $Y_n$  » augmente lorsque  $r_0$  et  $\Delta\rho_{TOP}$  augmentent. Cet effet peut être important : jusqu'au 10 à 15% pour  $r_0 = 5\beta$ . L'augmentation de  $\Delta\rho_{TOP}$  entraîne la saturation de cette tendance ;
- l'« effet  $Y_n$  » devient plus important si l'énergie nominale des protons est augmentée au-delà de l'énergie optimale;
- dans l'exemple étudié, la valeur optimale d'énergie des particules  $E_p^{max} = 1,16$  GeV, est bien adaptée aux transitoires d'amplitude relativement faible, ce qui est lié à la **dépendance** non-linéaire.

L'efficacité relative de l'« effet  $Y_n$  » vis à vis de l'effet Doppler dépend beaucoup des paramètres thermo-hydrauliques du système hybride. Pour estimer l'influence de ces paramètres, on peut examiner la dépendance de  $\delta$  du paramètre  $A_{FB}$ , qui décrit les effets de contre-réaction ainsi que les propriétés thermo-hydrauliques du système. Le résultat de calcul, présenté sur la Figure 6d montre, que l'effet de diminution de l'excursion de la puissance est moins important si le paramètre  $A_{FB}$  s'accroît.

REVENDICATIONS

1- Procédé de commande d'un système nucléaire couplé (ACS) comprenant un réacteur nucléaire fonctionnant en régime sous-critique et un dispositif générateur de neutrons utilisant un faisceau de particules chargées accélérées, le générateur de neutrons fournissant la quantité de neutrons nécessaire à l'entretien de la réaction nucléaire, ce procédé étant caractérisé par les étapes suivantes donc :

1.à déterminer les conditions de fonctionnement dans lesquelles on souhaite faire fonctionner le réacteur nucléaire : niveau de sous-criticité ( $r_0$ ), puissance consommable à produire (thermique  $P_{th}$  ou électrique  $P_{el} = \eta_{el} P_{th}$  où  $\eta_{el}$  est le rendement électrique de l'installation), quantité et nature du combustible ; il s'agit d'un savoir faire habituel à l'homme du métier, et qui n'appelle pas de commentaire particulier. La réalisation préférée de couplage entre le cœur sous-critique et l'accélérateur se fait comme dans le document de A. Gandini, M. Salvatores et I. Slessarev, cet à dire une fraction fixe  $f$  de la puissance produite par le système est consommée pour alimenter l'accélérateur

2.à partir de ces conditions, déterminer les paramètres de fonctionnement de l'accélérateur comme suit :

a - déterminer l'énergie optimale  $E_p^{Max}$  des particules chargées, qui vérifie l'expression :

$$d/dE_p [\varphi^*(E_p) \eta_a(E_p) Y_n(E_p) / E_p] = 0 \quad (1)$$

Cette formule prend en compte les dépendances éventuelles de l'énergie des particules incidents  $E_p$  du rendement de neutrons  $Y_n$ , de l'importance des neutrons  $\varphi^*$ , du rendement de l'accélérateur  $\eta_a$ .



b - choisir l'énergie de fonctionnement (énergie nominale)  $E_p^{nom}$  égale ou supérieure à l'énergie optimale  $E_p^{Max}$  :

$$E_p^{nom} = E_p^{Max} + \Delta E_p, \quad \Delta E_p \geq 0. \quad (2)$$

c - On détermine l'intensité nominale du faisceau de particules chargées, nécessaire pour obtenir la puissance nominale du réacteur  $P_{th}^{nom}$  en fonction de l'énergie nominale  $E_p^{nom}$ , du rendement de neutrons  $Y_n(E_p^{nom})$ , du rendement de l'accélérateur  $\eta_a(E_p^{nom})$  et de l'importance des neutrons  $\phi^*(E_p^{nom})$  pour l'énergie nominale  $E_p^{nom}$  :

$$I_p^{nom} = r_0 \nu P_{th}^{nom} / [E_{fis} \phi^*(E_p^{nom}) Y(E_p^{nom})], \quad (3)$$

ainsi que la fraction de la puissance produite  $P_{e1}$ , consommée par accélérateur :

$$f^{nom} = E_p^{nom} r_0 \nu / [E_{fis} \phi^*(E_p^{nom}) Y(E_p^{nom}) \eta_a(E_p^{nom}) \eta_{e1}]. \quad (4)$$

3. à fixer la fraction  $f$  de la puissance produite consommable par accélérateur ainsi que l'intensité du faisceau des particules incidentes à des valeurs nominales décrites par les formules suivantes :

$$I_p^{nom} = r_0 \nu P_{th}^{nom} / [E_{fis} \phi^*(E_p^{nom}) Y(E_p^{nom})], \quad (3)$$

$$f^{nom} = E_p^{nom} r_0 \nu / [E_{fis} \phi^*(E_p^{nom}) Y(E_p^{nom}) \eta_a(E_p^{nom}) \eta_{e1}] \quad (4)$$

à régler le nombre de neutrons extérieurs agissant sur l'énergie des particules  $E_p$  à intensité constante du faisceau, en fonction des fluctuations de fonctionnement de la puissance du réacteur nucléaire,

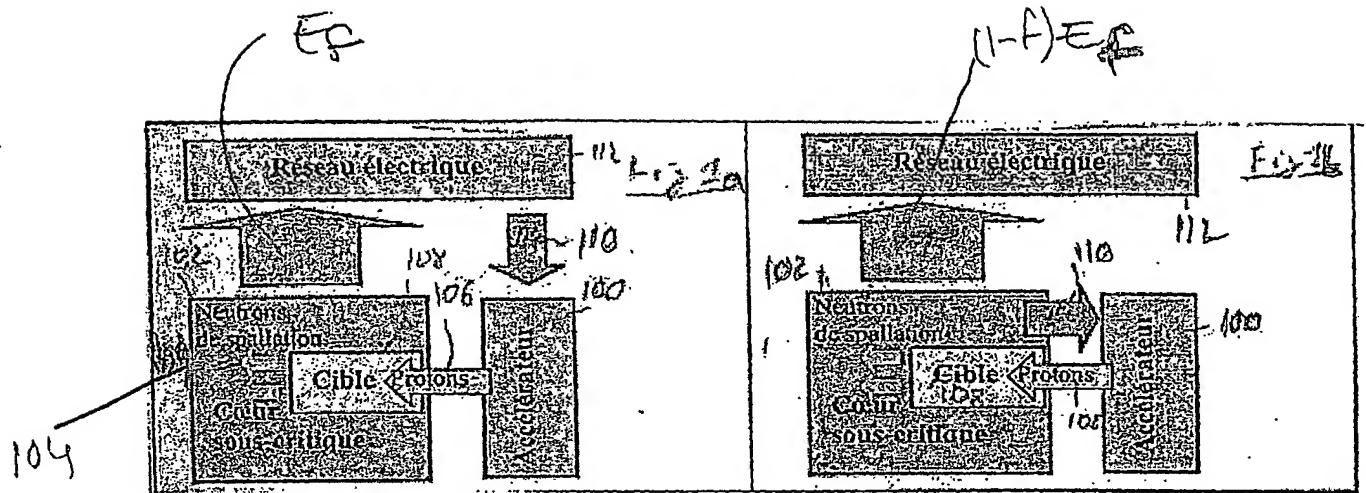
selon l'expression déterminant la variation de l'énergie :

$$E_p = f^{\text{nom}} P_{e1} \eta_a(E_p) / I_p^{\text{nom}}. \quad (5)$$

- 2) Procédé de commande d'un système nucléaire couplé conforme à la revendication 1, dans lequel le point de fonctionnement a une énergie  $E_p$  des particules égale à la valeur optimale  $E_p^{\text{Max}}$  de cette énergie des particules
- 3) Procédé de commande d'un système nucléaire couplé conforme à la revendication 1, dans lequel le point de fonctionnement a une énergie  $E_p$  des particules supérieure à la valeur optimale  $E_p^{\text{Max}}$  de cette énergie des particules.
- 4) Procédé de commande d'un système nucléaire couplé conforme à la revendication 3, dans lequel le point de fonctionnement a une énergie  $E_p$  des particules égale à  $E_p^{\text{Max}} + \Delta E_m$ ,  $E_p^{\text{Max}}$  étant la valeur optimale de cette énergie des particules.
- 5) Procédé de commande d'un système nucléaire couplé conforme à l'une quelconque des revendications précédentes, dans lequel les particules sont des protons, et la réaction nucléaire génératrice de neutrons est une réaction de spallation.
- 6) Procédé de commande d'un système nucléaire couplé conforme à la revendication 5, dans lequel la cible de spallation est en plomb-bismuth, et l'énergie optimale  $E_p^{\text{Max}}$  des protons est comprise entre 0,5 et 2,5 GeV.
- 7) Procédé de commande d'un système nucléaire couplé conforme à l'une quelconque des revendications 1 à 4, dans lequel les particules sont des protons, et la réaction nucléaire génératrice de neutrons est une réaction photonucléaire.
- 8) Système nucléaire couplé comprenant un réacteur nucléaire fonctionnant en régime sous-critique et un dispositif générateur de neutrons utilisant un faisceau de particules chargées accélérées, le générateur de neutrons fournissant la quantité de neutrons nécessaire à l'entretien de la réaction nucléaire, caractérisé en ce que le nombre de neutrons induits

par l'accélérateur est commandé en agissant sur l'énergie  $E_p$  des particules, à intensité constante du faisceau de particules.

- 5 9) Système nucléaire couplé conforme à la revendication 7, pour lequel les particules chargées sont des protons dirigés en faisceau au centre du cœur, et le cœur comporte une cible de spallation.
- 10 10) Système nucléaire couplé conforme à la revendication 7 ou 8, pour lequel l'énergie nominale  $E_p$  des particules est supérieure à la valeur  $E_{pMax}$  optimisant le rendement de la réaction nucléaire produisant les neutrons.
- 15 11) Système nucléaire couplé conforme à l'une quelconque des revendications précédentes, dans lequel la cible proprement dite est entourée d'un « buffer » dont le rendement de conversion est inférieur à la moitié du rendement de conversion de la cible proprement dite .



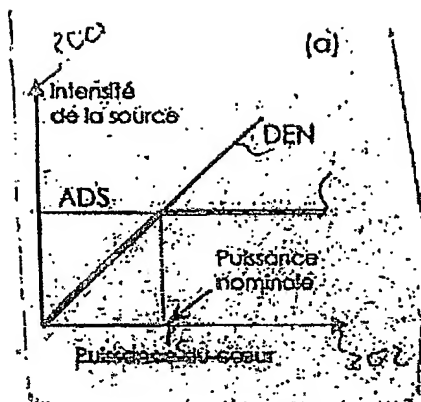


Fig. 2

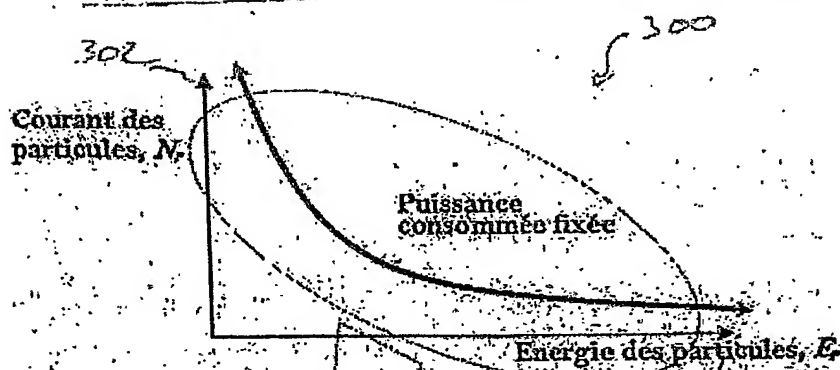


fig 3a

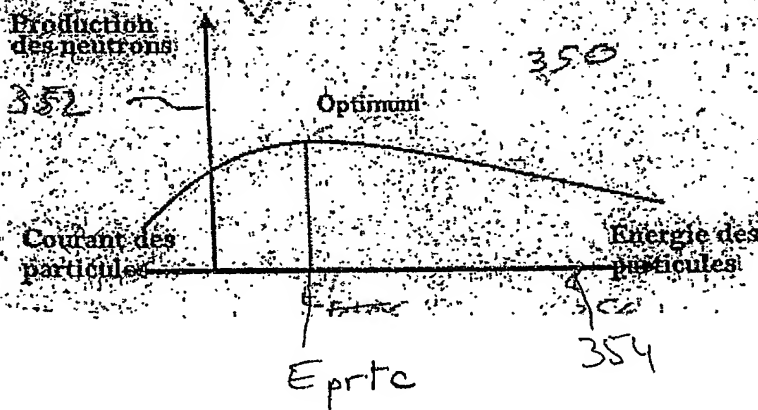


fig 3b

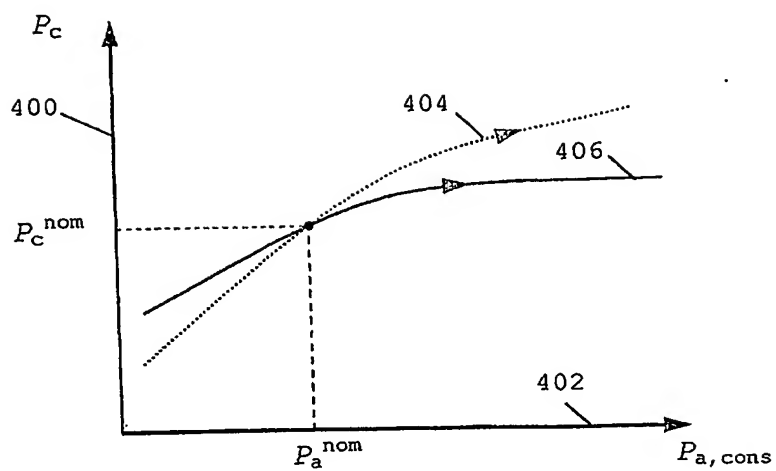
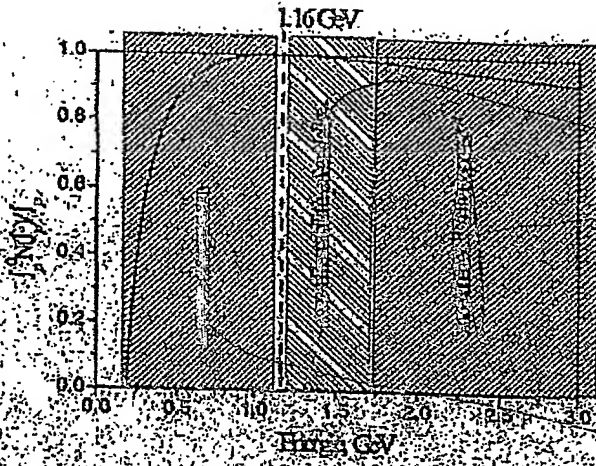


Fig 4

ier depot



air  
atmosphere  
particle

air danger route

Air to  
e At Depot

fig. 5a

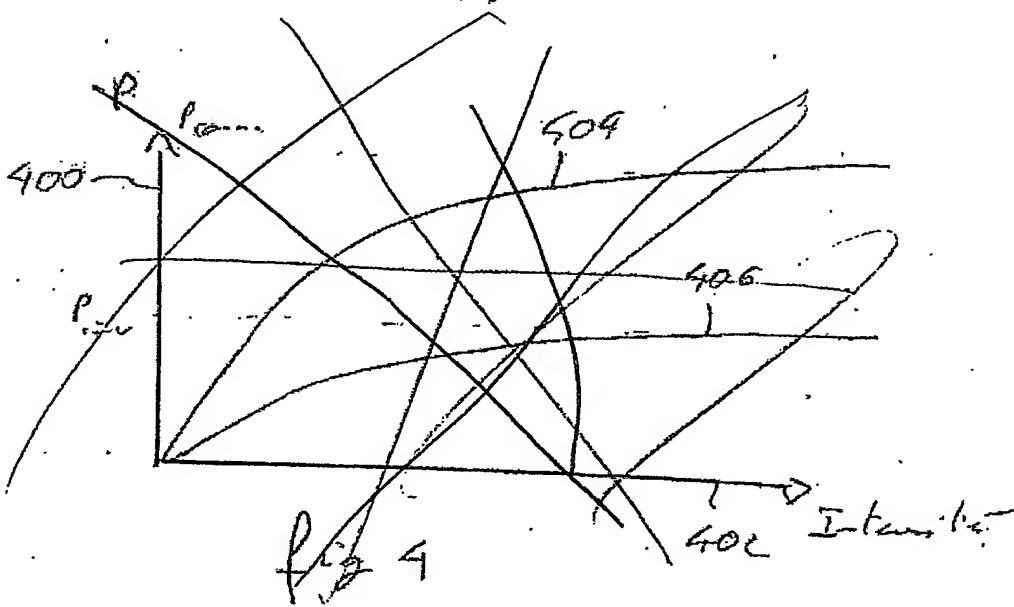
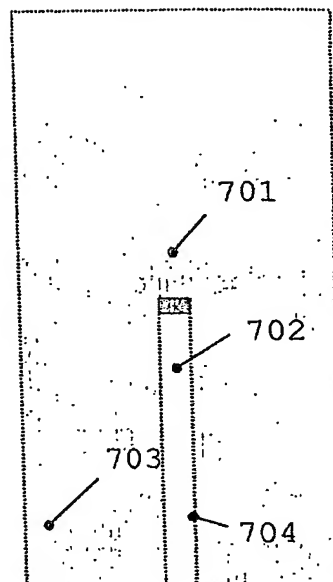


fig 4

701. Cible  
702. Faisceau  
703. Buffer  
704. Accelerator tube



**Configuration A:**

cible :  $^{238}\text{U}$ ,  $D_{\text{cible}} = 4 \text{ cm}$ ,  $L_{\text{cible}} = 4 \text{ cm}$   
tampon :  $^{\text{nat}}\text{Pb}$ ,  $D_{\text{buffer}} = 40 \text{ cm}$ ,  $L_{\text{buffer}} = 80 \text{ cm}$

**Configuration B:**

cible :  $^{238}\text{U}$ ,  $D_{\text{cible}} = 4 \text{ cm}$ ,  $L_{\text{cible}} = 2 \text{ cm}$   
tampon :  $^{\text{nat}}\text{Pb}$ ,  $D_{\text{buffer}} = 40 \text{ cm}$ ,  $L_{\text{buffer}} = 80 \text{ cm}$

**Configuration C:**

cible :  $^{238}\text{U}$ ,  $D_{\text{cible}} = 4 \text{ cm}$ ,  $L_{\text{cible}} = 2 \text{ cm}$   
tampon : *absent*

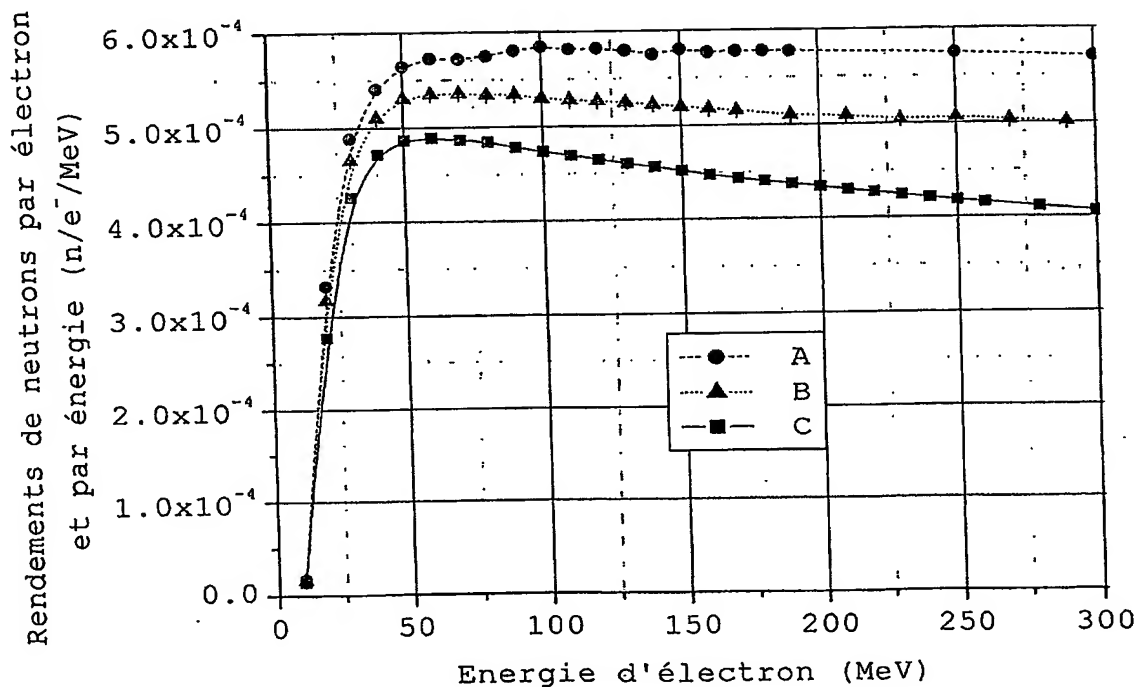


fig.5b



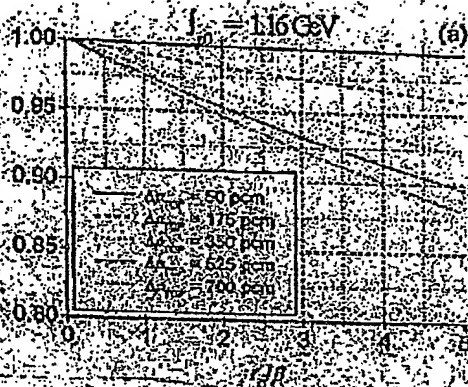


Fig 6a

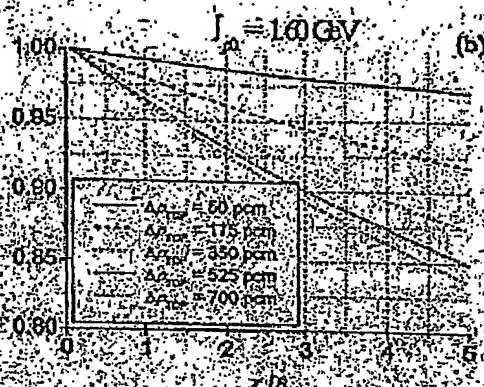


Fig 6b

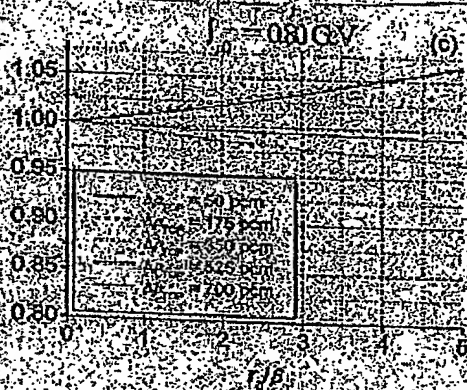


Fig 6c

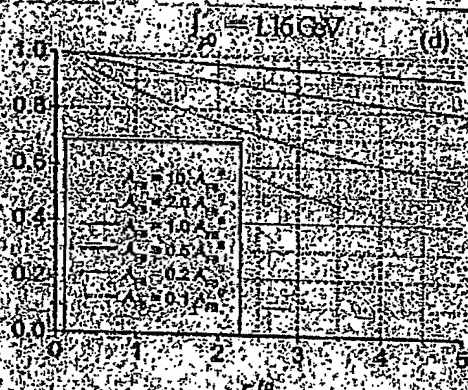


Fig 6d

**This Page is Inserted by IFW Indexing and Scanning  
Operations and is not part of the Official Record**

**BEST AVAILABLE IMAGES**

Defective images within this document are accurate representations of the original documents submitted by the applicant.

Defects in the images include but are not limited to the items checked:

- ☐ BLACK BORDERS
- ☐ IMAGE CUT OFF AT TOP, BOTTOM OR SIDES
- ☐ FADED TEXT OR DRAWING
- ☒ BLURRED OR ILLEGIBLE TEXT OR DRAWING
- ☐ SKEWED/SLANTED IMAGES
- ☐ COLOR OR BLACK AND WHITE PHOTOGRAPHS
- ☐ GRAY SCALE DOCUMENTS
- ☐ LINES OR MARKS ON ORIGINAL DOCUMENT
- ☐ REFERENCE(S) OR EXHIBIT(S) SUBMITTED ARE POOR QUALITY
- ☐ OTHER: \_\_\_\_\_

**IMAGES ARE BEST AVAILABLE COPY.**

**As rescanning these documents will not correct the image problems checked, please do not report these problems to the IFW Image Problem Mailbox.**